



POLITECNICO DI TORINO

Dipartimento di Energetica



Relazione di sintesi:
Livelli di sicurezza dei siti nucleari del
Vercellese

Luglio 2007



POLITECNICO DI TORINO

Dipartimento di Energetica



Attività svolta nell'ambito della:

**CONVENZIONE TRA LA REGIONE PIEMONTE E IL POLITECNICO DI TORINO -
DIPARTIMENTO DI ENERGETICA - PER LO SVOLGIMENTO DI ATTIVITA'
CONSULTIVE IN TEMA DI DISMISSIONE DEL PARCO NUCLEARE.**

Hanno contribuito:

Dipartimento di Energetica del Politecnico di Torino:

Prof. Cristina Bertani

Prof. Mario De Salve (responsabile scientifico)

Prof. Bruno Panella

Regione Piemonte, Assessorato all'Ambiente, Grandi Rischi Industriali:

Arch. GianMichele Palumbo

Ing. Elisabetta Sossich

Premessa

In Piemonte sono presenti ben tre siti sedi di impianti nucleari (Trino Vercellese (VC), Saluggia (VC) e Bosco Marengo (AL)) in esercizio non produttivo. Si hanno solo esigenze di mantenimento in sicurezza degli impianti per i materiali radioattivi presenti e ciò ha costituito e costituisce una servitù sul territorio con potenziali rischi per la popolazione e l'ambiente. Si tratta di impianti e siti che contribuiscono a generare oneri passivi connessi all'invecchiamento delle strutture, alle esigenze di mantenimento in sicurezza e alla presenza di elementi di rischio.

I livelli di sicurezza, adeguati con gli standard della normativa e della buona tecnica con riferimento agli anni di costruzione, si sono ridotti con gli anni e risultano talvolta non confrontabili con gli attuali standard imposti dai più recenti progressi tecnologici dell'industria nucleare.

In Italia sono presenti altri siti che pongono problemi di messa in sicurezza di impianti nucleari e cioè gli impianti connessi al ciclo del combustibile (IPU ed OPEC) della Casaccia (Roma), l'impianto di ritrattamento di Trisaia (Matera) e le centrali elettronucleari di Corso (Piacenza), Latina e Garigliano (Caserta).

E' evidente l'esigenza del superamento di questo stato con lo smantellamento degli impianti, la sistemazione dei rifiuti ivi presenti e la rimozione delle servitù attualmente in essere. Ciò è da realizzare con il mantenimento di adeguati livelli di sicurezza e lo svolgimento di attività che portino alla riduzione dei livelli di rischio sul territorio.

Le attività istruttorie e le Conferenze dei Servizi, svolte a partire dal 2001 sugli impianti nucleari ubicati in Piemonte, hanno permesso di approfondire diversi aspetti di sicurezza e di compatibilità ambientale relativamente alle iniziative messe in atto da Sogin e/o dal Commissario Delegato. Le attività si possono distinguere in tre periodi caratteristici:

a) 2001 – 2002. Le problematiche più rilevanti affrontate hanno riguardato la valutazione dell'impatto ambientale connessa alla realizzazione di un deposito provvisorio a secco di combustibile irraggiato presso la centrale nucleare "E. Fermi" di Trino e lo studio di fattibilità per la messa a secco del combustibile del deposito Avogadro.

b) 2002-2003. I principali temi hanno riguardato le attività istruttorie connesse alle istanze per le attività di dismissione della centrale nucleare di Trino Vercellese (comprensivo di VIA) e dell'impianto di fabbricazione di elementi di combustibile nucleare di Bosco Marengo (Alessandria).

c) 2004-2006. L'attività prevalente ha riguardato la messa in sicurezza del parco nucleare della regione Piemonte nel contesto dell'attività del Commissario Delegato e della Commissione tecnico scientifica di validazione delle iniziative commissariali in cui siede anche la Regione Piemonte. Rilevanti sono state le attività connesse alla messa in sicurezza dell'impianto EUREX del sito di Saluggia con il miglioramento della sicurezza dei rifiuti, con lo studio della solidificazione dei rifiuti liquidi radioattivi, la valutazione dell'impatto ambientale del progetto CEMEX, il rispetto delle prescrizioni emesse dalle autorità di sicurezza, la messa in sicurezza della piscina di stoccaggio del combustibile.

A conclusione di queste attività la Regione ha promosso uno studio finalizzato alla caratterizzazione qualitativa dei livelli di sicurezza dei siti del Vercellese e delle loro variazioni sulla base della più recente attività pregressa. La presente memoria tecnica costituisce la sintesi di tale studio.

I livelli di Sicurezza dei siti nucleari del Vercellese

Introduzione

La Regione Piemonte, Direzione Tutela Ambientale e Risanamento Ambientale – Programmazione Gestione Rifiuti, Settore Grandi Rischi Industriali ha promosso, in collaborazione con il Dipartimento di Energetica del Politecnico di Torino, uno studio sui *livelli di sicurezza dei siti nucleari del Vercellese*.

Lo scopo di questo studio è di dare una risposta al quesito :

Quali sono i livelli di sicurezza dei siti nucleari del territorio Vercellese anche a seguito delle misure di sicurezza realizzate e in corso d'opera e sulla base di atti e documentazione ad alto contenuto tecnico relativi ai processi istruttori e ai processi consultivi che la Regione ha sviluppato in materia di dismissioni nucleari e gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi?

Lo studio ha richiesto una analisi delle attività svolte in Italia a partire dagli anni 2000 per la dismissione e la messa in sicurezza degli impianti e dei rifiuti nucleari presenti in Italia.

I siti sono quelli in cui sono installati degli impianti che hanno contribuito alla produzione di energia elettrica da fonte nucleare e degli impianti connessi con il ciclo del combustibile nucleare (riprocessamento, stoccaggio), ovvero la *centrale elettronucleare "E. Fermi" di Trino Vercellese*, il *deposito di combustibile nucleare irraggiato "A. Avogadro"* e *l'impianto di riprocessamento "EUREX" di Saluggia*.

In ambito regionale vi è anche il *sito di Bosco Marengo (Alessandria)* sede di un impianto dismesso per la produzione di combustibile nucleare. Presso questo sito non è più presente del combustibile nucleare che è stato trasferito all'estero (Novembre 2006). Attualmente è presente solo un impianto di fabbricazione del combustibile da smantellare e un piccolo deposito di rifiuti radioattivi condizionati (manufatti cementati). *I residui rischi ambientali di natura radiologica si ritengono modesti anche in presenza delle attività di smantellamento dell'impianto di fabbricazione e del residuo deposito di rifiuti nucleari* .

La presenza nei due siti del vercellese *di elementi di combustibile irraggiati, di rifiuti radioattivi solidi condizionati e non, di rifiuti radioattivi liquidi, di materiali attivati e/o contaminati, di materiali fissili e fertili e di sorgenti radioattive costituisce un elemento di rischio* e pone il problema di *garantire la sicurezza dei lavoratori e della popolazione* da potenziali rischi di esposizione alle radiazioni ionizzanti in conseguenza di eventi di perdita di confinamento con migrazione dei radionuclidi nell'ambiente o in zone dove sono presenti dei lavoratori. Richiede

inoltre un monitoraggio dello stato degli impianti e dell'ambiente al fine di prevenire situazioni di pericolo e potenziali rilasci di radioattività.

Livelli di sicurezza

I *livelli di sicurezza* sono riferiti *alle probabilità di rilascio* nell'ambiente di radionuclidi in quantità significative per avere *rilevanza radiologica* per i lavoratori e per la popolazione.

La “*non rilevanza radiologica*”, in accordo all'allegato 1 del Dlgs 230/95 e sue modifiche ed integrazioni, implica che la *dose efficace*, cui si prevede sia esposto un qualsiasi individuo della popolazione, debba essere pari o inferiore a 10 µSv all'anno e che la *dose collettiva efficace* impegnata nell'arco di un anno non debba superare 1 Sv*persona.

Le circostanze e le attività lavorative da considerare riguardano le attività di gestione e/o dismissione degli impianti, le attività di trasporto, i potenziali scenari incidentali generabili da eventi di origine interna o esterna, gli eventi associati ad atti malevoli.

I livelli di sicurezza sono anche e soprattutto da considerare con riferimento alla *vulnerabilità* dei *recettori (popolazione ed ambiente)* in termini di conseguenze a fronte di *potenziali rilasci di radionuclidi*.

L'entità dei potenziali rilasci segue dallo studio *degli inventari dei materiali radioattivi, dello stato fisico dei materiali pericolosi, delle misure di sicurezza finalizzate al contenimento, delle misure di sicurezza adottate per garantire e verificare il contenimento, delle misure di monitoraggio e supervisione delle attività lavorative e della tracciabilità dei materiali radioattivi*.

Naturalmente i *livelli di rischio* dipendono dallo stato fisico dei materiali radioattivi presenti, dalla radiotossicità dei radionuclidi, dalla quantità presente e dal sistema di contenimento.

Per i **combustibili irraggiati** i livelli di rischio dipendono dal numero di elementi di combustibile presenti nel sito, dalla massa di metalli pesanti (uranio, plutonio), dal tipo di stoccaggio (in piscina, a secco).

Per i **rifiuti liquidi** i livelli di rischio dipendono dal volume dei rifiuti presenti, dalla composizione chimica del rifiuto, dallo stato dei serbatoi di stoccaggio, dalla radiotossicità dei rifiuti.

Per i **rifiuti solidi diversi dai combustibili irraggiati** i livelli di rischio dipendono dai volumi presenti, dal tipo di condizionamento, dalla attività dei rifiuti, dalla capacità di confinamento dei

depositi, dalla potenziale mobilità dei radionuclidi presenti nei rifiuti in presenza di scenari incidentali.

Il rischio di natura radiologica è anche connesso alla presenza di **materiali attivati o contaminati**, in apparecchiature, strutture ecc..

Il **materiale attivato** comprende tutte le parti di sistemi, componenti, strutture che sono state sottoposte ad irraggiamento neutronico durante l'esercizio degli impianti e presentano una radioattività diffusa nel materiale.

Il **materiale contaminato** comprende tutte le parti di sistemi, componenti e strutture che sono state a contatto con fluidi contaminati durante l'esercizio degli impianti e pertanto presentano una radioattività di tipo superficiale.

Apparecchiature, strutture attivate e/o contaminate richiedono un *processo di bonifica* al fine di togliere il residuo rischio radiologico. Ciò porta alla produzione (che è importante minimizzare) di *rifiuti radioattivi* che occorre inizialmente stoccare e successivamente smaltire.

I livelli di rischio infine sono anche influenzati dallo *stato degli impianti* e dalle attività svolte nel recente passato ed in corso e finalizzate al mantenimento in sicurezza degli impianti.

Valutazione dei livelli di sicurezza dei siti.

La caratterizzazione dei livelli di sicurezza di un sito richiede una attenta definizione del concetto di *livello* con riferimento al tipo di pericolo (*hazard*) presente e alle potenziali conseguenze negative associate alle attività svolte sul sito e/o al manifestarsi di un scenario incidentale.

I livelli di sicurezza, *rappresentati spesso con una scala qualitativa*, possono essere definiti e discussi solo a valle di una analisi di rischio. La costruzione di una scala dei livelli comporta la definizione della entità delle potenziali conseguenze. I rischi sono invece associati alla frequenza di accadimento e alla entità delle conseguenze (**magnitudo**).

L'individuazione dei livelli di sicurezza presuppone una analisi della esposizione al rischio su basi oggettive e comparabili ed una categorizzazione delle conseguenze. In accordo con la metodologia usata per lo studio del sito americano Savannah River¹, la scala dei livelli di sicurezza è definita con una scala di colori (verde, bianco, giallo e rosso) ed un valore numerico che segue dalla valutazione di un insieme di indicatori statistici associati al sito e allo stato degli impianti e alle attività svolte. In tabella 1 è esemplificata la scala qualitativa di riferimento.

Tabella 1 Scala qualitativa dei livelli di sicurezza

Livello	colore	punteggio
Eccellente	Verde	3
Soddisfacente/normale	Bianco	2
Tendente al soddisfacente	Giallo	1
Non soddisfacente	Rosso	0

La scala è riferita a diversi *indicatori di prestazione* (**Key Performance Indicator** o KPI) e *di stato* degli impianti e siti considerando le aree tematiche relative alla *sicurezza e protezione fisica del sito* (Safety & Security), *capacità tecniche e prestazioni di esercizio*, rispetto delle *normative e rapporti con le autorità di sicurezza*, *convenienza tecnico – economica* e *prospettive della società di gestione del sito e delle attività nello svolgimento delle attività*.

La stima quantitativa segue dal confronto con indicatori statistici che misurano gli obiettivi di raggiungimento di standard di sicurezza, attività svolta ecc.

Le informazioni disponibili sugli impianti del Vercellese riguardano in prevalenza l'area tematica della *sicurezza e protezione fisica del sito* (Safety & Security) con informazioni di

¹ WSRC-RP-2002-00252, Savannah River Site performance metric manual, Gail Jernigan, WSRC, Aiken, South Carolina

legge sugli aspetti connessi alla *sicurezza industriale e salute* (Industrial Safety and Health), *servizi di emergenza e protezione antincendio* (Emergency Services and Fire Protection), *sicurezza radiologica* (Radiation Safety), *sicurezza nucleare* (Nuclear Safety) ed infine *protezione fisica* (Physical Security).

Gli aspetti relativi alle capacità tecniche, convenienza tecnico economica ecc. sono parzialmente coperti dalle informazioni disponibili sulle *attività di messa in sicurezza e smantellamento accelerato degli impianti* in corso che derivano dai rapporti istituzionali con le autorità di sicurezza e le autorità di governo del territorio.

Conclusioni

In termini di percezione dei rischi e dei livelli di sicurezza, sulla base della contabilizzazione dei ritardi rispetto ai cronoprogrammi predisposti dal Commissario delegato per la messa in sicurezza dei materiali nucleari e più in generale considerando che non tutte le prescrizioni dell'autorità di sicurezza sono state pienamente realizzate (soprattutto per il sito di Saluggia), si conclude che il livello di sicurezza è compreso tra il bianco (soddisfacente-normale) per i siti di Trino e Bosco Marengo, e giallo – rosso (tendente al soddisfacente, non soddisfacente) per il sito di Saluggia.

Gli elementi che portano, ad **una riduzione dei livelli di sicurezza** negli attuali siti nucleari sono riassumibili in:

- *moltiplicazione di depositi temporanei;*
- *provvisorietà e precarietà dei depositi:* generalmente i depositi non sono stati progettati per operare per periodi di medio-lungo termine e sono anche ubicati in siti non sempre idonei per svolgere una funzione di deposito;
- *progressivo invecchiamento delle strutture:* negli attuali siti le strutture hanno già raggiunto o stanno ormai raggiungendo la fine della vita utile;
- *recente evoluzione della situazione internazionale:* le attuali tensioni internazionali, la moltiplicazione dei fenomeni terroristici ecc.fanno sì che i siti nucleari costituiscono degli obiettivi sensibili e per i quali è necessario valutare la vulnerabilità;
- *recrudescenza di fenomeni ambientali eccezionali.*

Tutte le iniziative che concorrono alla riduzione degli elementi di cui sopra e cioè riduzione del numero dei depositi, riduzione del numero dei impianti provvisori e precari, riadeguamento degli impianti ai nuovi standard tecnologici con rinnovo delle licenze di esercizio, miglioramento della “security” ed infine *rilocalizzazione* degli impianti in siti a minor rischio ambientale di origine naturale concorrono alla riduzione dei livelli di rischio nei siti.

Recenti attività finalizzate alla messa in sicurezza dei siti

Il livello di sicurezza dei siti nucleari del Vercellese, per gli aspetti connessi alla protezione fisica, è recentemente aumentato grazie all'aumento di conoscenza sullo stato degli impianti e alle iniziative intraprese per migliorare la "security". I controlli sugli accessi, le modifiche apportate sulla viabilità locale e i sistemi di monitoraggio nell'intorno dei siti contribuiscono ad una elevata protezione fisica degli impianti.

Le recenti attività di valutazione degli impatti ambientali sia dell'istanza di smantellamento accelerato di Trino che dell'impianto CEMEX per Saluggia hanno contribuito a caratterizzare lo stato degli impianti ed i problemi che essi pongono. Ciò ha concorso ad incrementare i livelli di sicurezza sui siti incrementando le attività di monitoraggio dell'ambiente e degli impianti. E' emerso che l'azzeramento dei rischi dovuti alla radioattività artificiale comporta la denuclearizzazione dei siti e richiede, come strada obbligata, la realizzazione di un deposito definitivo per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi. Le più rilevanti attività finalizzate all'incremento dei livelli di sicurezza per il sito di Saluggia si riassumono in:

- realizzazione del nuovo parco serbatoi e prossimo trasferimento in essi dei rifiuti a più alta attività;
- realizzazione di un nuovo sistema di approvvigionamento idrico;
- opere preliminari di sistemazione della viabilità interna e degli spazi;
- progettazione del Deposito temporaneo D-2 per i rifiuti di seconda categoria;
- progettazione dell'impianto di solidificazioni dei rifiuti liquidi (impianto CEMEX) ed annesso deposito D-3.

Per il sito di Trino le attività finalizzate all'incremento dei livelli di sicurezza si riassumono in attività preliminari al trasferimento del combustibile per il riprocessamento e allo smantellamento degli impianti.

Attività di messa in sicurezza e migliori tecnologie praticabili nella gestione dei rifiuti nucleari

Uno dei problemi, più delicato ed importante, ereditato dalla produzione di energia elettrica da fonte nucleare è quello della **gestione** del *combustibile nucleare irraggiato* e dei suoi sottoprodotti (*prodotti di fissione, elementi artificiali o transuranici*). Seguono i problemi della gestione e smaltimento dei rifiuti radioattivi prodotti e presenti nei siti, dello smantellamento degli impianti con produzione di altri rifiuti radioattivi e non.

L'attività di messa in sicurezza è sempre orientata alla riduzione dei rischi per la popolazione, i lavoratori e l'ambiente.

Per la gestione del **combustibile irraggiato** le soluzioni tecniche di riferimento sono:

- *lo stoccaggio a secco in contenitori (cask) idonei sia per lo stoccaggio che per il trasporto;*
- *il riprocessamento con riutilizzo dell'uranio e plutonio e vetrificazione dei prodotti di fissione.*

Entrambe richiedono la *disponibilità di un sito per lo stoccaggio e/o smaltimento dei manufatti* radioattivi che seguono dal riprocessamento e più in generale dalla rimozione del combustibile dai siti.

Per i **rifiuti solidi** le soluzioni tecniche necessitano di uno studio finalizzato alla caratterizzazione del rifiuto con riferimento alla:

- qualità e quantità dei radionuclidi presenti;
- minimizzazione della mobilità dei radionuclidi;
- minimizzazione del volume;
- schermatura con vincoli sulla dose a contatto.

Trattamento e condizionamento dei rifiuti solidi sono regolamentati, in Italia, dalla Guida Tecnica 26 elaborata da ENEA-DISP ora APAT. Essi sono distinti in **rifiuti solidi di I, II e III categoria** . Per ogni categoria si hanno differenti prescrizioni tecniche, controlli e modalità di gestione.

Per i **rifiuti liquidi** le soluzioni di riferimento richiedono in ogni caso la **solidificazione** degli stessi in manufatti. Lo scopo è ridurre la mobilità dei radionuclidi . Le tecnologie sviluppate consentono di realizzare manufatti a base cementizia oppure vetrosa.

Trattamento e condizionamento dei rifiuti liquidi

La ricerca della miglior soluzione, finalizzata all'immobilizzazione dei radionuclidi in uno stato passivo e sicuro si sviluppa con uno studio detto *Best Practicable Environmental Options Study* (BPEO)², che analizza le possibili opzioni di immobilizzazione. Lo studio considera *i fattori relativi alla sicurezza, all'ambiente, alla tecnologia di immobilizzazione e smaltimento, alla condizione socio-economica e finanziaria* collegati a ognuna delle opzioni tecnicamente disponibili, al fine di identificare la strategia di immobilizzazione più appropriata (migliore).

Le possibili opzioni sono raggruppabili in quattro gruppi:

- *immagazzinamento in una forma non stabile, con salvaguardie ingegneristiche in un regime di mantenimento che assicuri l'immagazzinamento sicuro;*
- *generazione di un prodotto stabile adatto allo stoccaggio definitivo;*
- *generazione di un prodotto che abbisogna di processi addizionali, o di "packaging", prima di procedere allo stoccaggio definitivo;*
- *smaltimento immediato.*

I criteri di selezione (screening) sono, in genere, basati sulla legislazione nazionale ed internazionale, sulle convenzioni internazionali e sui limiti di dose.

Le analisi comparative sono svolte considerando una moltitudine di fattori (23) connessi a:

- salute pubblica e sicurezza;
- impatto ambientale;
- prestazioni (*performance*) tecniche;
- impatti socio-economici sulla comunità locale;
- obiettivi ambientali;
- costi finanziari.

Con l'ausilio di appropriati fattori peso e di tabelle di merito i risultati dello studio hanno permesso di concludere che per i rifiuti liquidi immagazzinati presso il sito di Dounreay (GB) la migliore tecnologia praticabile per la gestione è quella della cementazione.

Questo risultato si adatta molto bene al caso dell'impianto EUREX di Saluggia in cui sono stoccati circa 230 m³ di rifiuti liquidi radioattivi. Si tratta di rifiuti confrontabili per qualità e quantità a quelli presenti nel sito Dounreay (circa 206 m³)

² UKAEA, Best practicable environmental option study for the management of PFR raffinate, D3900(04),P027 del 4/2/05

Lo studio ha dimostrato che è possibile generare un rifiuto in forma solida sicuro e stabile su una scala temporale sufficientemente grande .

Per il sito di Saluggia è in fase di avanzata progettazione l'impianto denominato CEMEX. Si ritiene che il proposto progetto CEMEX, orientato alla soluzione del problema della solidificazione dei rifiuti liquidi, costituisca una delle migliori tecnologie praticabili con la condizione che nel corso del progetto e della realizzazione si seguano e si rispettino gli standard di progettazione e realizzazione tipici dell'industria nucleare europea.

Gestione del combustibile irraggiato

Il combustibile irraggiato in un reattore nucleare (*combustibile spento*) è innanzitutto conservato per un adeguato periodo di raffreddamento in una piscina con lo scopo di rimuovere la potenza termica di decadimento dei prodotti di fissione ed anche di una significativa quota della sua radioattività. Successivamente può essere gestito secondo due differenti logiche: **stoccaggio a secco** in idonei depositi; **riprocessamento** con separazione dei combustibili nucleari (uranio e plutonio) dai prodotti di fissione, riuso del combustibile nei reattori e smaltimento dei rifiuti radioattivi che seguono dal riprocessamento.

Il *riprocessamento* è un trattamento chimico che ha lo scopo di separare i componenti principali, e cioè:

- i **prodotti di fissione** (con una vita media relativamente limitata);
- gli **attinidi**, ovvero quegli elementi creati per attivazione neutronica e non esistenti in natura (con tempi di dimezzamento, in molti casi, estremamente elevati);
- l'**uranio** con una concentrazione ancora superiore allo 0,7 % di uranio fissile (U^{235}) presente in natura, che può avere qualche interesse economico;
- il **plutonio**, tra cui l'isotopo Pu^{239} che è fissile al pari dell' U^{235} e che si forma nel nocciolo per cattura neutronica del U^{238} non fissile.

Il plutonio potrebbe avere in generale un valore economico, in quanto portatore di un notevole potere energetico. Attualmente non ha valore economico data la scarsa domanda e la ridondante offerta derivante anche dallo smantellamento delle testate atomiche.

Il riprocessamento produce i **rifiuti ad alta attività** (HLW: High Level Waste)), in pratica gli attinidi, che ad esclusione di uranio e plutonio, e prodotti di fissione sono, in genere, vetrificati, ovvero inglobati in una matrice di vetro in borosilicato al fine di stabilizzarli. I vetri, dopo un ulteriore tempo di raffreddamento, richiedono di essere smaltiti in depositi geologici in cui sono

state create e verificate una serie di barriere ingegneristiche (p.e. contenitori metallici) e naturali (le caratteristiche geologiche del deposito stesso).

Si producono anche **rifiuti di livello intermedio a lunga e breve vita** (LILW-LL, LILL_SL Low and Intermediate Level Waste con Long Live (LL) o Short Live (SL)).

Attualmente lo stoccaggio del combustibile irraggiato (detto anche *Spent Fuel SF*) si effettua in *siti sede di centrali nucleari in esercizio o in “decommissioning”, siti che costituiscono dei depositi indipendenti e siti di centri di riprocessamento.*

L'esercizio degli attuali impianti nucleari comporta un aumento, su scala mondiale, dell'inventario del combustibile irraggiato. Cresce anche, grazie alla quota di combustibile annualmente riprocessato, l'inventario di plutonio e di rifiuti radioattivi generati dal riprocessamento.

Il continuo accumulo di combustibile irraggiato fa sì che si abbia la tendenza , a livello mondiale, di un aumento della capacità di stoccaggio sui siti delle centrali *con tecnologie che permettono lo stoccaggio a secco e in prospettiva con tecnologie che prevedano il bruciamento degli attinidi.* Quest'ultime sono tecnologie in fase di ricerca e non ancora mature. Si tratta di tecnologie finalizzate a ridurre i tempi , lunghissimi, necessari al confinamento controllato.

Per quanto riguarda lo *smaltimento definitivo del combustibile* non sono attualmente disponibili scelte tecnologiche chiare ed univoche. Mentre alcuni paesi non hanno ancora preso alcuna decisione in merito allo smaltimento definitivo del combustibile spento e dei rifiuti ad alta attività (SF/HLW) altri paesi sono in una fase più o meno avanzata per l'identificazione di un sito idoneo per tale scopo.

Si stima una produzione annuale a livello mondiale di combustibile nucleare irraggiato pari a circa 10.500 tonnellate di metalli pesanti uranio e plutonio³ . La capacità industriale di riprocessamento, nel mondo, è stimata in 3900 t/anno.

Stoccaggio e smaltimento dei rifiuti radioattivi

L'obiettivo principale dello smaltimento delle scorie radioattive è la protezione a lungo termine dell'uomo e dell'ambiente. E' riconosciuto a livello mondiale che *la necessaria sicurezza a lungo termine* può essere garantita unicamente da depositi situati in *strati geologici stabili e profondi*.

A breve e a medio termine la necessaria sicurezza si garantisce, senza particolari difficoltà, con l'ausilio di strutture ingegneristiche superficiali o sub superficiali nel contesto di una attività produttiva di conservazione di manufatti radioattivi e in presenza di controlli istituzionali finalizzati al monitoraggio dell'ambiente e dello stato degli impianti.

I principi generali di sicurezza associati alle tecnologie per lo stoccaggio e smaltimento sono stati formulati dall'agenzia internazionale per l'energia atomica (IAEA)⁴ nel 1989. Si tratta di principi il cui rispetto garantisce la popolazione, l'ambiente e le generazioni future da potenziali danni.

Un buon deposito assicura la trascurabilità della mobilità dei radionuclidi presenti in qualsiasi circostanza. La soluzione del problema dello smaltimento definitivo dei rifiuti ad alta attività non è risolvibile in tempi stretti come dimostra l'attività in corso in Svizzera⁵ in cui è stata messo in atto un piano settoriale per la individuazione di un deposito di rifiuti radioattivi in strati geologici profondi. Si prevede la messa in esercizio del deposito non prima del 2030 - 2040. Questa scala temporale mette in evidenza l'importanza di attivare da subito le procedure e gli studi che portano alla selezione di un sito ed inoltre di provvedere alla costruzione di depositi superficiali, in siti idonei, che diano tutte le garanzie di sicurezza che l'attuale stato dell'arte consente.

I SITI NUCLEARI DEL VERCELLESE

Centrale elettronucleare Enrico Fermi di Trino Vercellese

La centrale elettronucleare di Trino, è una centrale ad acqua in pressione della prima generazione. Essa è stata costruita a partire dal luglio 1959 ed è stata completata e messa in esercizio il 22 ottobre del 1964. Essa è equipaggiata con reattore della filiera ad acqua in pressione di progettazione Westinghouse, della potenza elettrica di 272 MW.

Nel marzo 1987, al termine del nono ciclo, l'impianto è stato fermato per eseguire le operazioni previste per la ricarica del nocciolo e per il completamento delle attività di riqualifica sismica. L'impianto non è più stato riavviato, non avendo ottenuto le necessarie autorizzazioni.

L'impianto ha prodotto, in oltre 25 anni di esercizio, 25.028 GWh di energia elettrica pari a circa 10,6 anni di funzionamento a piena potenza.

A partire dal gennaio 1995 l'impianto è autorizzato per una gestione di “*custodia sorvegliata*” ed alcuni sistemi di sicurezza sono stati disabilitati in quanto non più necessari. *Gli elementi di combustibile presenti nel nocciolo al termine del nono ciclo sono stati collocati nella piscina all'interno dell'Edificio Ausiliari nel periodo novembre – dicembre 1992 ed attualmente sono ivi immagazzinati.*

In quest'ultimi anni l'attività di mantenimento in sicurezza si è svolta con attività propedeutiche allo smantellamento. E' stata necessaria una non trascurabile attività progettuale e di studio per la formulazione dell'istanza allo smantellamento accelerato e la valutazione dell'impatto ambientale associata all'attività di disattivazione accelerata per il rilascio incondizionato del sito (procedura di VIA).

Le aree dell'impianto sede di rischi radiologici per la presenza di materiali radioattivi sono la piscina del combustibile irraggiato con gli elementi ivi stoccati e i depositi di rifiuti radioattivi condizionati in fusti. Naturalmente nell'impianto è presente una area detta “controllata”, dove per la storia operativa del reattore sono presenti strutture e materiali contaminati e/o attivati.

Non sono note particolari criticità per l'impianto di Trino eccetto quelle legate alla localizzazione dello stesso (localizzazione in un'area con rischi di esondazione). Si tratta di un impianto non più

produttivo che pone una servitù sul territorio ed è fonte di costi per la comunità. Questa considerazione giustifica ampiamente l'esigenza di uno smantellamento accelerato.

L'attività di smantellamento porterà alla produzione di non trascurabili quantità di rifiuti contaminati e non, che richiederanno una attenta gestione e sistemazione. E' prassi classificare i materiali generati dalle attività di dismissione degli impianti nucleari in cinque classi come in tabella 8, in cui si riportano le stime per l'impianto di Trino.

Tabella 8: Centrale Nucleare di Trino: Stima dei materiali prodotti nel corso dello smantellamento.

Tipologia dei materiali	Non rilasciabili (t)	Contaminati rilasciabili (t)	Convenzionali (t)	Totale rilasciabili(t)	Totale (t)
Materiali metallici di processo	956	1.177	420	1.597	2.553
Cemento	614	17.215	184.272	201.487	201.101
Strutture	0	2.550	1.450	4.000	4.000
Coibenti	1	5	30	35	36
Altro	450	65	135	200	650
Totale	2.021	21.012	186.307	207.319	209.340

Le tecnologie di smantellamento e di decontaminazione di cui si prevede l'impiego coinvolgono operazioni complesse e pertanto sono importanti i monitoraggi necessari per minimizzare l'esposizione alle radiazioni dei lavoratori e gli accorgimenti tecnici atti a ridurre la dispersione di radioattività nell'ambiente.

Da un punto di vista concettuale le attività di smantellamento di parti dell'isola nucleare dell'impianto porteranno ad un lieve aumento temporaneo dei rischi di origine radiologica con il beneficio che, a smantellamento completato, la causa del rischio sarà rimossa dal sito.

Considerando la *valutazione dei costi e dei benefici territoriali* insieme ai rischi derivanti dalle attività di smantellamento degli impianti, lo studio ha permesso di osservare che l'attività di smantellamento porta dei *benefici o impatti positivi* in termini di "*riduzione del rischio radiologico sul territorio*" nella misura in cui:

- *la progettazione delle attività sarà ottimizzata in termini di minimizzazione dei rifiuti prodotti (sia radioattivi che non);*
- *siano minimizzati i rilasci (radioattivi e non) nell'ambiente nel corso delle attività di smantellamento;*

- *si effettui una attenta programmazione delle attività che porti nei tempi previsti all'assenza di vincoli e rischi residui.*

Si prevedono dei modesti *impatti negativi* dovuti prevalentemente alle problematiche di smaltimento dei rifiuti radioattivi prodotti dall'attività di disattivazione, allo smaltimento e messa a dimora dei materiali di risulta, ai potenziali rischi connessi ad eventi incidentali nel corso dell'attività e anche ad un temporaneo e modesto incremento di radioattività immessa nell'ambiente.

Dal punto di vista dei livelli di sicurezza del sito l'assenza di particolari criticità permette di affermare che lo stato attuale è soddisfacente, e, per quanto attiene gli aspetti della security il livello è eccellente.

Le attività previste in sede di istanza allo smantellamento accelerato non pregiudicheranno i livelli di sicurezza, ma in generale saranno motivo di aumento degli stessi, grazie alle necessità di monitoraggio e di miglioramento della preparazione professionale del personale per le attività da svolgere.

Un non trascurabile elemento di rischio è rappresentato dalla presenza delle resine scambiatrici di ioni che *contengono prodotti di corrosione attivati, prodotti di fissione ecc. Si tratta di materiali potenzialmente infiammabili. Tutte le iniziative finalizzate al loro condizionamento e/o smaltimento rappresentano elementi di riduzione del rischio.*

Un significativo aumento del livello di sicurezza, per quanto concerne i rischi radiologici, si avrà con il condizionamento/smaltimento delle resine contaminate, con l'allontanamento dal sito del combustibile irraggiato e con lo svuotamento della piscina.

Il combustibile esaurito stoccato in piscina è attualmente costituito da 47 elementi di cui 8 a base di ossidi misti uranio-plutonio (MOX) e 39 elementi a base di ossido di uranio.

Esso è stato sottoposto a un solo ciclo di irraggiamento. La piscina è in un edificio ad accesso controllato e la superficie è stata coperta mediante lastre di lamiera zincata capaci di resistere a eventuali cadute di oggetti anche di peso rilevante. Gli elementi sono immersi in 1500 m³ di acqua debolmente contaminata. L'allontanamento dal sito è stimato per il 2007-2008.

I criteri di progetto della piscina e lo stato di conservazione permettono di affermare che il livello di sicurezza è eccellente. Per quanto riguarda la gestione, grazie ai controlli delle autorità di

sicurezza nazionali ed internazionali a cui è sottoposta, si ritiene che il livello di sicurezza è più che soddisfacente.

La presenza nella piscina del combustibile rende l'impianto un *obiettivo sensibile* ma un eventuale attacco esterno alla piscina del combustibile esaurito è un evento ritenuto improbabile grazie ai sistemi di security presenti.

Depositi di rifiuti radioattivi

Presso il sito sono presenti, all'interno dell'area controllata, due depositi dedicati allo stoccaggio di rifiuti radioattivi a bassa e media attività di seconda categoria. (*Depositi rifiuti solidi radioattivi a bassa attività n°1 e n°2*).

Il deposito n.ro 1 contiene 2800 fusti di II categoria e 800 litri di resine di scambio ionico che costituiscono dei materiali più sensibili ad eventi incidentali quali l'incendio. Il Piano di Emergenza Esterna prevede un rilascio di radioattività legato all'incendio dell'intero deposito e alla dispersione in atmosfera a quota zero della radioattività per mezzo dei fumi di combustione.

Il deposito n.ro 2 contiene circa 300 fusti da 220 litri ed ha una capacità residua di stoccaggio per altri 3000 fusti.

I depositi sono di costruzione relativamente recente, rispettano i più recenti standard di sicurezza e sono ben monitorati. Il livello di sicurezza si ritiene soddisfacente. Si osserva che il condizionamento delle resine o il loro allontanamento rappresenta una misura di ulteriore riduzione del livello di rischio.

Serbatoi di decadimento dei liquidi radioattivi

I serbatoi di decadimento dei liquidi radioattivi sono utilizzati per stoccare temporaneamente i liquidi in attesa di essere scaricati al fiume nel rispetto delle "Formule di scarico" previste nelle Prescrizioni di esercizio dell'Impianto. Pur trattandosi di componenti contaminati, la loro pericolosità è connessa alla quantità e qualità di liquidi radioattivi in essi contenuti. *Considerata la funzione che essi avevano (stoccaggio di reflui liquidi rilasciabili) si ritiene trascurabile il livello di rischio ad essi associabile.*

Il deposito Avogadro di Saluggia

Il *Deposito Avogadro* (della “*Deposito Avogadro r.s.l*”-*FIAT Partecipazioni*), opera su contratto di servizio per la SOGIN, per lo stoccaggio e mantenimento in condizioni di sicurezza di elementi di combustibile irraggiati. Si tratta di un deposito di elementi di combustibile irraggiati realizzato nella piscina del ex reattore di ricerca AVOGADRO-RS1 la cui attività è cessata nel 1971. In esso sono attualmente contenuti 112 elementi di combustibile nucleare irraggiato dei quali 49 provenienti dalla centrale nucleare di Trino (VC) e 63 dalla centrale nucleare del Garigliano (Sessa Aurunca, CE). Sono in fase di trasferimento gli elementi di combustibile presenti presso la piscina dell'impianto EUREX (52 elementi cruciformi provenienti dalla centrale di Trino, 48 semibarrette di un elemento di combustibile proveniente dalla centrale del Garigliano) e 10 lamine irraggiate nel reattore di ricerca di Petten (Olanda).

Il deposito è articolato su tre strutture impiantistiche: la piscina di stoccaggio del combustibile, l'edificio Deposito ed i Sistemi Ausiliari. Il deposito vero e proprio è in un edificio a forma cilindrica rivestito da un involucro metallico. Per la movimentazione degli elementi di combustibile e dei cask di trasporto è disponibile una gru da 60 t ed un paranco con capacità di carico di 1 t.

La piscina di stoccaggio garantisce, in tutte le condizioni di esercizio il contenimento, l'isolamento e lo schermaggio del combustibile. Le pareti della piscina sono in calcestruzzo armato di tipo baritico di grande spessore, (circa 1.5 m). L'Edificio Deposito garantisce l'isolamento del locale contenente la piscina dall'ambiente esterno e realizza con il sistema di ventilazione condizioni permanenti di depressione, ovvero una barriera alla diffusione di eventuale contaminazione radioattiva nell'atmosfera.

Presso il deposito sono anche presenti dei rifiuti radioattivi generati nel corso della dismissione del reattore di Ricerca Avogadro, nonché delle attività di ricerca della SORIN.

Il deposito presenta adeguate garanzie di sicurezza. La struttura costruttiva della piscina di stoccaggio di Avogadro risulta verificata al terremoto di progetto associato al sito. La schermatura in acqua del combustibile irraggiato, sia in condizioni stazionarie, sia in condizioni di movimentazione di elementi e contenitori di trasporto è ampiamente assicurata dalle attuali prescrizioni di sicurezza. Non risultano significativi trafilamenti di acqua dalla piscina e dai suoi circuiti ed i sistemi di controllo e monitoraggio risultano adeguati per evitare rilasci liquidi nell'ambiente. Tuttavia si osserva che nel 2000 il deposito non era ritenuto idoneo da parte dell'APAT per continuare il servizio in quanto non allineato con gli attuali standard di sicurezza.

L'attività commissariale per la messa in sicurezza dei materiali nucleari ha provveduto ad assicurare gli interventi necessari per la protezione fisica dell'impianto a fronte di atti malevoli di origine

esterna ed interna. L'attuale licenza di esercizio consente di ospitare, per un periodo di tempo di 3 anni i materiali irraggiati presenti nella piscina di EUREX. La potenza termica di decadimento radioattivo dei materiali stoccati è molto bassa. L'attuale inventario dei materiali stoccati premette la tollerabilità di un fuori servizio dell'ordine di mesi delle funzioni di raffreddamento, ventilazione e purificazione dell'acqua presente in piscina. Globalmente si ritengono bassi i livelli di rischio. Gli eventi eccezionali che hanno coinvolto AVOGADRO, con le esondazioni del Novembre 1994 e dell'Ottobre 2000, hanno messo in evidenza il buon livello di sicurezza ma anche la non idoneità del sito ad essere sede di un deposito in quanto coinvolgibile in eventi di esondazione eccezionali.

Impianto EUREX-SOGIN

L'impianto EUREX, (*Enriched URanium EXtraction*), è un impianto dismesso di ritrattamento di combustibile nucleare con il quale, su una scala pilota industriale, sono stati messi a punto e realizzati dei processi per la separazione dell'uranio e del plutonio dai prodotti di fissione contenuti nel combustibile irraggiato. Le attività dell'Impianto hanno determinato la produzione dei rifiuti liquidi (*raffinati acquosi*) durante le campagne di riprocessamento dei combustibili tipo MTR prima, e CANDU poi, condotte negli anni 1970-1984. L'impianto è dotato di una piscina per lo stoccaggio sotto battente di acqua di combustibili irraggiati.

I rifiuti liquidi immagazzinati presso il sito (serbatoi interrati) sono caratterizzati da circa 130.000 Curie di radioattività totale contenuta in circa 230 m³, con significative presenze (circa 400 Curie) di radionuclidi transuranici emittenti alfa a lunga vita.

Nel sito EUREX-SOGIN è presente un deposito di rifiuti radioattivi solidi condizionati e non (edificio 2300). L'inventario radiologico è rilevante e soprattutto è caratterizzato da una elevata mobilità che potenzialmente può coinvolgere l'idrologia superficiale e sotterranea oltre che il suolo. Dalle analisi di vulnerabilità emerge che il sito è caratterizzato da un elevato livello di rischio. Infatti l'esercizio dell'impianto è corredato di un insieme di prescrizioni quali la solidificazione dei rifiuti liquidi ivi presenti e la realizzazione di un nuovo sistema di approvvigionamento idrico.

Per quanto riguarda i livelli di sicurezza si osserva che nei recenti anni è stata svolta una notevole attività di studio progettuale ed anche realizzazioni finalizzate all'aumento del livello di sicurezza. In particolare sono state realizzate l'opera di difesa idraulica (2002) e il nuovo parco serbatoi (2006-2007). La difesa idraulica consente di escludere che l'area del Centro Sogin (posto a quota 170,64

m) possa venir allagata in conseguenza di una piena eccezionale della Dora Baltea (affioramento della falda a 170,70 m).

Nella piscina, in cui erano immagazzinati 52 elementi cruciformi irraggiati della centrale di Trino, 48 semibarrette dell'elemento A106 della centrale del Garigliano e 10 lamine irraggiate, sono state rilevate delle perdite a partire dal 2004. Si è provveduto ad incrementare i monitoraggi ambientali e nel 2006-2007 si è riscontrata la presenza di contaminazione radioattiva di stronzio 90 all'esterno del sito. Per eliminare la causa della contaminazione ambientale in atto è stato autorizzato il trasferimento temporaneo del materiale presente in piscina all'adiacente Deposito Avogadro con un cask navetta di ridotte dimensioni (cask AGN1) e lo svuotamento della piscina ed attualmente (primavera – estate 2007) sono in corso le operazioni di trasporto.

Area deposito rifiuti liquidi radioattivi (zona 800)

Si tratta di quattro celle in calcestruzzo costruite a quota 171,20 m s.l.m. Due celle contengono due coppie di serbatoi ciascuna per i rifiuti acquosi a media attività e *l'organico esausto*; la terza contiene una coppia di serbatoi, che rappresentano una riserva potenziale per i rifiuti a media attività. La quarta cella, a livello superiore, è suddivisa, con muri di separazione alti 2 m in 5 compartimenti contenenti ciascuno un serbatoio da 50 m³ (volume utile) per lo stoccaggio dei rifiuti acquosi ad alta attività.

Questi serbatoi sono datati (anni 1970), sono privi di un efficace sistema di campionamento, contengono dei rifiuti la cui mobilità è estremamente elevata (liquidi che possono percolare e quindi diffondere nel suolo o in corpi idrici) ed inoltre sono in un sito in cui i rischi di esondazione sono elevati, anche se mitigati dalle opere di difesa idraulica recentemente realizzata.

Si sottolinea che la presenza di questo sistema costituisce un elemento di elevato rischio ambientale per le potenziali conseguenze che derivano dalla immissione di radionuclidi in corpi idrici superficiali, ed anche profondi.

Considerata la tipologia dei materiali nucleari presenti sull'impianto, la vetustà degli impianti, le attività connesse con il rinnovo della licenza di esercizio, la vulnerabilità del sito rispetto a potenziali fenomeni di esondazione, si ritiene che i *rischi con rilascio di radioattività nell'ambiente* da parte dell'attuale impianto EUREX-SOGIN siano dovuti in prevalenza alla presenza :

- di rifiuti liquidi radioattivi nei serbatoio di stoccaggio,
- di materiali irraggiati nella piscina di stoccaggio;

- di perdite di acqua contaminata dalla piscina;
- di apparecchiature con contaminazione superficiale di uranio, plutonio, prodotti di fissione;
- di solventi organici impiegati nelle varie campagne di ritrattamento.

La criticità del sito è dovuta alla elevata mobilità dei radionuclidi presenti nei rifiuti, alla elevata attività e radiotossicità. A ciò è da aggiungere la vulnerabilità del sistema idrico superficiale del sito ed i rischi di esondazione.

Per ridurre i livelli di rischio sono in corso delle attività progettuali per un deposito D2 di rifiuti solidi di seconda categoria, di un impianto di solidificazione dei rifiuti liquidi (impianto di cementazione CEMEX) e un deposito temporaneo D3 per i rifiuti solidi di terza categoria prodotti dall'impianto CEMEX e dalle future attività di smantellamento degli impianti nonché il nuovo parco serbatoi per la frazione di rifiuti liquidi a più alta attività. Sono anche in corso delle attività progettuali atte a soddisfare le prescrizioni in atto relative al nuovo sistema di approvvigionamento idrico. Il sito richiede una sistemazione della viabilità interna e dei sistemi di alimentazione elettrica dei vecchi e nuovi impianti.

E' innegabile l'esigenza di una messa in sicurezza del sito con, in sintesi, i seguenti obiettivi:

- miglioramento della protezione fisica del sistema di stoccaggio dei rifiuti liquidi a più alta attività;
- allontanamento dei materiali irraggiati dal sito con svuotamento della piscina;
- solidificazione mediante cementazione dei rifiuti liquidi;
- immagazzinamento dei rifiuti solidi di seconda e terza categoria in idonei depositi temporanei;
- realizzazione di interventi tecnici atti a ridurre i rischi proteggendo le falde idriche e migliorando la gestione tecnica degli impianti.

La realizzazione del nuovo parco serbatoi (NPS) e con la connessione dell'area 800 con il nuovo parco serbatoi che consentirà il trasferimento dei soli rifiuti ad alta attività (rifiuti 1AW) è sicuramente un elemento di aumento del livello di sicurezza.

Per la formulazione di un giudizio sui livelli di sicurezza si osserva che le iniziative in atto sicuramente concorrono ad incrementare il livello di sicurezza. La presenza delle perdite in piscina insieme alla rilevazione di contaminazione all'esterno del sito denuncia un livello di sicurezza insoddisfacente che richiede interventi non dilazionabili nel tempo. Il trasferimento del combustibile presso il Deposito Avogadro è una soluzione *praticabile con la maggior celerità e migliore sicurezza per i lavoratori e per la popolazione.*

L'attuale livello di sicurezza è insoddisfacente e critico sino al trasferimento del combustibile in Avogadro e al completo svuotamento della piscina.

Le attività in corso, che comportano anche l'aggiornamento dell'analisi di sicurezza radioprotezionistica sia per le condizioni di normale esercizio che incidentali oltre che la predisposizione di iniziative vincolate da un punto di vista temporale, si ritengono idonee per realizzare un più adeguato livello di sicurezza rispetto all'attuale. L'intensa attività di monitoraggio in atto insieme ai bassi valori di contaminazione riscontrati permette di affermare che i rischi per la salute sono globalmente modesti.

Gli attuali vincoli prescrittivi che accompagnano le licenze di esercizio si riassumono nell'allontanamento del combustibile dal sito entro tre anni oppure la sua sistemazione a secco e la solidificazione dei rifiuti liquidi entro il 31 dicembre 2010.

Naturalmente il non rispetto di questi obiettivi saranno degli indicatori di riduzione dei livelli di sicurezza.

Le attività svolte presso il centro ENEA-EUREX a partire dal 1993 ad oggi sono state volte operando in un regime di autorizzazioni limitate, temporanee e operanti in regime di proroga in un ente la cui missione è promuovere la ricerca e non mantenere in sicurezza gli impianti e questo ha portato ad una significativa riduzione dei livelli di sicurezza.

Il trasferimento delle competenze alla SOGIN, la cui missione è assicurare adeguati livelli di sicurezza agli impianti insieme al loro smantellamento è sicuramente un indicatore di "futuro miglioramento dello stato degli impianti". Si ravvisa l'importanza di un continuo monitoraggio dei livelli di sicurezza e del rispetto dei cronoprogrammi insieme al monitoraggio degli impatti ambientali come strumento atto a verificare il raggiungimento degli obiettivi di sicurezza.

Si osserva anche che il corpo prescrittivo oggi risultante per EUREX ha un'impostazione ormai datata e non più congruente con lo stato dell'impianto oltre che con le attività in corso. Il corpo prescrittivo deve tener presente le attività future, le tipologie di risorse e competenze necessarie e disponibili. *In sintesi l'impianto non è dotato, attualmente, di un adeguato e soprattutto aggiornato sistema di gestione della sicurezza.*

Il territorio ed i rischi dovuti alla radioattività ambientale

Il territorio del vercellese è costantemente monitorato da ARPA Piemonte, per gli aspetti connessi alla radioattività ambientale, in un modo particolarmente approfondito con l'obiettivo di discriminare i contributi dovuti alla presenza di impianti nucleari sul territorio rispetto agli altri contributi (attività antropiche di tipo industriale e medico, radioattività naturale).

Il rapporto sulla radioattività ambientale⁶ presentato dalla ARPA Piemonte per l'anno 2005 fornisce numerosi dati atti a caratterizzare la radioattività ambientale dovuta ai radioisotopi del cesio (Cs 134 e Cs-137), iodio (I-131), stronzio (Sr-90), plutonio (Pu-239, Pu-240). Sono anche disponibili numerose misure di radioattività ambientale⁷ finalizzate al controllo di una potenziale contaminazione da correlare alla presenza di acqua contaminata nella intercapedine della piscina di stoccaggio del combustibile irraggiato dell'impianto EUREX di Saluggia. In particolare sono anche disponibili per il comprensorio nucleare di Saluggia (Vc) degli approfonditi monitoraggi ambientali^{8,9}

I dati sono relativi ad una moltitudine di matrici ambientali (particolato atmosferico, suolo, acque superficiali, detrito minerale organico sedimentabile(DMOS), suolo ed erba) e matrici alimentari (latte e derivati, carne, cereali e derivati, ortaggi e frutta, funghi e miele, acqua potabile ecc.).

La presenza di acqua contaminata nella intercapedine della piscina di EUREX ha richiesto, a partire dal 2004 dei monitoraggi ambientali straordinari. In particolare è stata caratterizzata la composizione dell'acqua in piscina e nell'intercapedine. I contaminanti presenti in quantità più grandi delle minime quantità rilevabili sono il trizio, il cesio 137, lo stronzio 90 tra i prodotti di fissione; l'americio 241, il plutonio 238, e il plutonio 239/240 tra i transuranici ed infine l'uranio 234 ed l'uranio 238 tra i radionuclidi dell'uranio.

Sono risultati inferiori ai limiti di rilevabilità il cobalto 60 (prodotto di attivazione) e l'uranio 235.

In figura 3 si riportano le concentrazioni misurate per l'acqua in piscina e nell'intercapedine.

⁶ G. Dd'Amore, M. Magnoni, L. Porzio, La Radioattività ambientale in Piemonte, ARPA Piemonte, Novembre 2006

⁷ G. d'Amore, Laura Porzio, Misure di contaminazione ambientale presso l'impianto EUREX correlate alla presenza di acqua contaminata nell'intercapedine della piscina di stoccaggio, Relazioni tecniche n.16/SS21.02/2006; n.3/SS21.02/2007;

⁸ L.Porzio, L. Albertone, A. Iacono, R. Olivetti, Monitoraggio Radiologico ambientale del comprensorio nucleare di Saluggia (Vc), aggiornamento 2004, ARPA Piemonte

⁹ L.Porzio, L. Albertone, G. d'Amore, Monitoraggio Radiologico ambientale del comprensorio nucleare di Saluggia (Vc), aggiornamento 2005, relazione tecnica n.13/SS21.02/2006-ARPA Piemonte

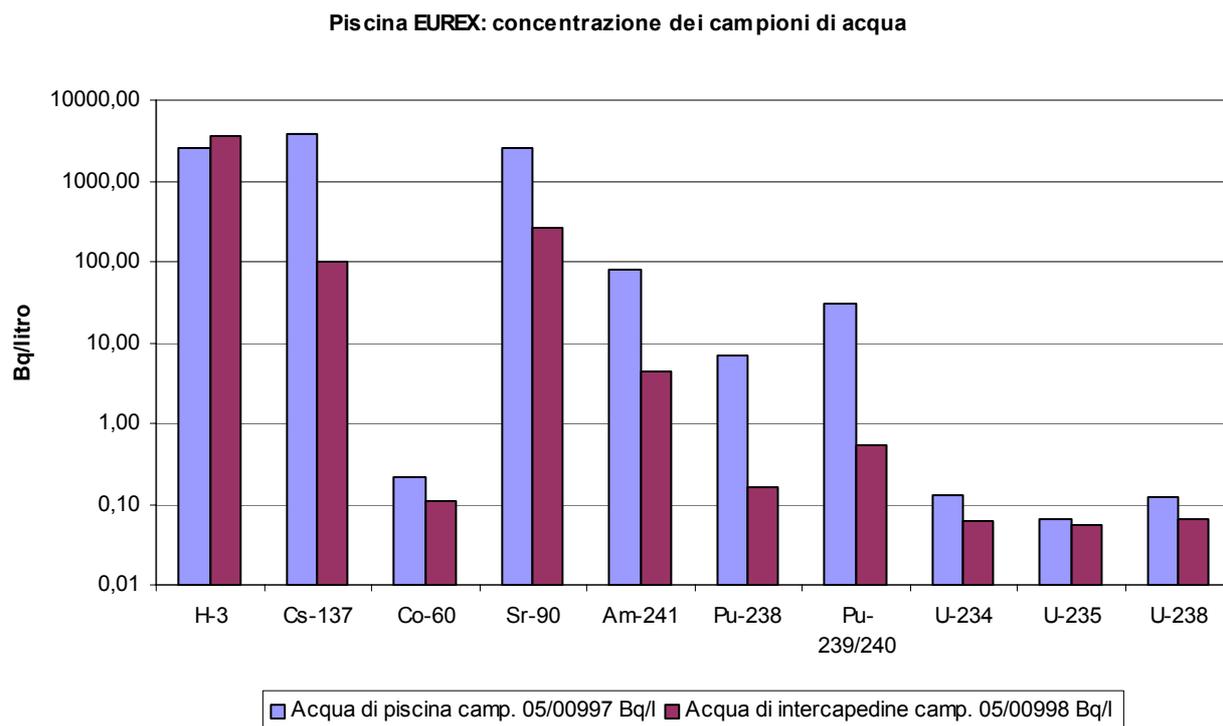


Figura 3 Concentrazione radionuclidi in acqua (piscina ed intercapedine)

Si osserva, che con l'eccezione del trizio (che è molto mobile) le concentrazioni si riducono di un fattore maggiore di 10. Si è provveduto all'analisi della contaminazione da radionuclidi di origine artificiale della acqua della falda superficiale.

Le concentrazioni misurate per lo stronzio 90 in località Benne (0,015 Bq/litro e 0,011 Bq/litro) mettono in evidenza che *risultano ampiamente rispettati i limiti per gli individui del gruppo critico della popolazione (0,29 Bq/litro)*. In particolare la dose che ne deriva agli individui della popolazione è:

- circa 1/5 del limite per la non rilevanza radiologica (0,01 mSv per anno);
- circa 1/50 del limite di dose per acque potabili (0,1mSv per anno);
- circa 1/500 del limite di dose per la popolazione (1 mSv per anno).

I rischi di natura radiologica si ritengono non rilevanti e molto lontani dalla soglia di innesco della rilevanza.

Il monitoraggio della radioattività ambientale *nell' intorno dei siti* su cui insistono degli impianti nucleari (ARPA- 2005) ha portato alle seguenti conclusioni per Trino e Saluggia.

Trino Vercellese

Lo stato radiologico dell'ambiente circostante il sito di Trino è *buono* ed è rimasto invariato rispetto agli anni 2000. Nell'acqua potabile non è mai stata riscontrata la presenza di contaminanti radioattivi di origine artificiale. Nei suoli è presente una contaminazione da Cs-137 completamente attribuibile all'incidente di Chernobyl del 1986 che è del tutto paragonabile a quella di altre zone della provincia e della regione. Nell'acqua superficiale del fiume Po è stata riscontrata, sia a monte che a valle dell'impianto una contaminazione da Cs-137 e da I-131 attribuibili, *rispettivamente, all'incidente di Chernobyl del 1986 e a gli scarichi ospedalieri. Le tracce di contaminazione da Co-60 riscontrate a valle sono invece attribuibili agli scarichi di effluenti radioattivi liquidi da parte dell'impianto.* Nei sedimenti del fiume Po è stata riscontrata, sia a monte che a valle dell'impianto, contaminazione da Cs-137 attribuibile all'incidente di Chernobyl del 1986; nei punti a valle è stato occasionalmente riscontrato un incremento della concentrazione di Cs-137 unitamente a tracce di Co-60 in occasione degli scarichi di effluenti radioattivi liquidi da parte dell'impianto. Non si evidenziano fenomeni di accumulo e *non emergono pertanto situazioni di criticità per l'ambiente e per la popolazione.*

Saluggia

Lo stato radiologico dell'ambiente circostante il comprensorio nucleare di Saluggia è rimasto invariato rispetto agli anni 2000 sino al 2005. Tra il 2005 e il 2007 è stata riscontrata una contaminazione da stronzio 90 nell'acqua di falda di un pozzo situato in località Benne. Si tratta di un pozzo che è monitorato da ARPA da oltre 10 anni. Nell'acqua di falda superficiale è stata riscontrata solo contaminazione da Sr-90 dovuta alle esplosioni nucleari in atmosfera degli anni '50 e '60. Nell'acqua potabile dell'Acquedotto del Monferrato e dell'Acquedotto di Saluggia non è mai stata riscontrata la presenza di contaminanti radioattivi di origine artificiale. Nei suoli è stata riscontrata contaminazione da Cs-137 che è paragonabile a quella riscontrabile in altre zone della provincia e della regione e si ritiene completamente attribuibile all'incidente di Chernobyl del 1986. Fino al 2002 nel pozzo di località Benne è stata riscontrata della contaminazione da Co-60 imputabile ad un incidente occorso nello stabilimento Sorin nel 1986. Nelle misure svolte nel corrente anno la concentrazione del cobalto 60 è stata inferiore alla minima attività rilevabile.

Nell'acqua della Dora Baltea è stata riscontrata contaminazione da Cs-137 confrontabile con quella di altre zone della provincia e della regione in seguito all'incidente di Chernobyl del 1986. Solo in occasione dello scarico di effluenti radioattivi liquidi da parte degli impianti si è riscontrato un aumento delle concentrazioni che tuttavia si sono mantenute a livelli tali da non comportare un significativo incremento del rischio radiologico. Nei sedimenti della Dora Baltea, in alcuni punti, è

stata riscontrata contaminazione da Cs-137 e da Co-60 che indica la presenza di fenomeni di accumulo che richiedono approfondimenti ed eventualmente limitazioni agli scarichi.

In un contesto regionale sono anche disponibili i dati della radioattività ambientale per il sito di Bosco Marengo. In accordo con ARPA si osserva che *lo stato radiologico dell'ambiente è buono* e non sono presenti criticità. Nell'acqua potabile e di falda è presente dell'uranio in concentrazioni confrontabili con i valori riscontrabili in altre zone della provincia e della regione e quindi non attribuibile alla presenza dell'impianto.

Conclusioni

L'analisi dei dati sulla radioattività ambientale dovuta ai radioisotopi di origine artificiale mette in evidenza l'assenza di rischi di natura radiologica per la popolazione dovuti a radioisotopi di origine artificiale. Il sistema di monitoraggio in atto permette di discriminare i contributi delle attività in atto sul territorio (impianti ed impiego di radiofarmaci per applicazioni mediche). Il sistema di controllo in atto con misure sia ordinarie che straordinarie costituisce un ottimo sistema per assicurare un eccellente livello di sicurezza nei siti. Pur ritenendo che la natura dei rischi è marginale in presenza del rispetto delle prescrizioni di esercizio dettate da APAT, si ritiene che l'allontanamento dei materiali radioattivi dai siti insieme allo smantellamento degli impianti è la strada maestra per la riduzione del rischio. Per quanto riguarda i livelli di sicurezza, gli elevati standard si realizzano con una continua attività di riqualificazione dei siti, degli impianti e delle professionalità.

Appendice

LE UNITA' DI MISURA DELLA RADIOATTIVITA'

La **quantità di radioattività** di una data sostanza si chiama attività, ed è il numero di decadimenti radioattivi che si producono in un secondo nella sostanza suddetta. L'attività si misura in *Becquerel* (Bq) : 1 Bq = 1 decadimento radioattivo per secondo.

Per quanto riguarda l'**effetto prodotto dalla radiazione ionizzante** sulla materia, questo è misurato con la quantità di energia ceduta per unità di massa della materia irraggiata.

Questa grandezza si chiama *dose assorbita* e la sua unità di misura è il Joule/Kg, a cui viene dato il nome di *Gray*.

Per quantificare l'impatto della radiazione ionizzante e confrontare gli effetti di diverse sorgenti di radiazioni e di diverse modalità di irradiazione vanno quindi applicati alla dose assorbita opportuni coefficienti per tenere conto:

- del tipo di radiazione più o meno densamente ionizzante
- della distribuzione di dose agli organi.

Si perviene così alla definizione della *dose efficace* espressa in *Sievert* e dell'*intensità di dose efficace*, espressa in sievert/ora.

La dose efficace è l'indicatore utilizzato per descrivere in modo sintetico l'impatto della radiazione ionizzante sugli individui e sulla popolazione.

La dose efficace E [Sv] è la quantificazione del rischio dovuto all'esposizione a radiazioni ionizzanti;

La concentrazione di un radionuclide in una matrice [Bq/kg] è un dato "grezzo", che può essere considerato soltanto come un punto di partenza per la valutazione della dose efficace, e quindi del rischio.

La stima della dose efficace deve necessariamente tenere conto di tutte le possibili vie di esposizione – *vie critiche* – per tutti gli individui della popolazione potenzialmente coinvolti – *gruppo critico*. Soltanto uno studio radioecologico dedicato alla pratica in esame e all'ambiente, umano e naturale, nel quale tale pratica viene svolta può permettere di valutare correttamente la dose efficace, cioè il rischio, attraverso la conoscenza dei dati di contaminazione di matrici ambientali e alimentari.

Conoscendo le specifiche dell' impianto da monitorare e le matrici ambientali e territoriali con cui è potenzialmente possibile una interazione, è possibile osservare che:

- gli effluenti liquidi, immessi nell'ambiente, secondo la rispettiva formula di scarico, e quelli gassosi sono responsabili della eventuale contaminazione delle matrici ambientali: acqua superficiale, sedimenti fluviali, suolo, acqua di falda, particolato atmosferico;
- gli effluenti possono inoltre essere responsabili in maniera diretta della contaminazione delle matrici alimentari (ad esempio attraverso la deposizione al suolo della contaminazione presente in aria);
- la contaminazione delle matrici ambientali può trasferirsi alle matrici alimentari di produzione locale; può trasferirsi inoltre all'acqua potabile distribuita dagli acquedotti.

Le matrici ambientali contaminate sono responsabili della dose da esposizione esterna e da inalazione, mentre le matrici alimentari contaminate sono responsabili della dose da ingestione.